

保全プログラムを基礎とする検査の導入について

平成20年8月

原子力安全・保安院

目次

これまでの検討経緯と本資料の位置づけ	1
1．現在の事業者の保全活動と国の検査について	4
2．保全プログラムを基礎とする検査の導入による国の関与の強化について	5
3．新制度の下で事業者が行う保全活動の具体的イメージ	14
4．新制度における高経年化対策について	22
5．安全上重要な行為に着目した検査の追加	25
6．プラント毎の総合評価による検査の実効性の向上	26
7．終わりに	31
参考：信頼性重視保全の導入による安全性の向上について	32

これまでの検討経緯と本資料の位置づけ

原子力の安全については、事業者による安全性の確保がより一層向上するようにするため、安全規制について、科学的・合理的判断の原則に立ち、その実効性、効率性について不断に検証を行い、常に改善・充実に努めていくことが重要です。

原子力安全・保安院は、平成15年10月に現行の検査制度を導入して以降、その定着を図るとともに、原子力発電所の高経年化が進んでいること等を踏まえ、平成17年11月から「検査の在り方に関する検討会」を再開し、検討を重ねました。その結果を踏まえ、平成18年9月7日、「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」(以下、「報告書」という)を取りまとめました。

その中で、「『保全プログラム』に基づく保全活動に対する検査制度の導入」、「安全確保上重要な行為に着目した検査制度の導入」、「根本原因分析のためのガイドラインの整備等」を柱とする検査制度の改善の方向性が示されています。

1) 保全プログラムに基づく保全活動に対する検査の技術的な検討について

このうち、「『保全プログラム』に基づく保全活動に対する検査制度の導入」については、報告書において以下の方向性が示され、更に具体的な制度設計については、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会の下に設置された保守管理検討会において実施することとされました。

< 報告書で示された方向性 >

保全プログラムに基づく保全活動に対する検査制度の枠組みに関すること

- ・ 事業者の行う保全活動全体を対象として、保全活動の実施体制、保全活動の実施計画等を具体的に記載したプログラム(保全プログラム)を的確に策定させること
- ・ 「保全プログラム」は頻繁に見直されることのない基本的事項と、点検周期毎に見直される点検計画や補修・取替計画といった具体的な活動の計画(保全計画)によって構成されること
- ・ 基本的事項としては、対象機器の範囲、機器・系統毎の管理指標等が該当し、国は保安規定の認可と同様の方法により審査・確認すること。
- ・ 保全計画については、事業者が点検周期毎に見直して国に申請し、国はその内容の妥当性について審査し、確認すること。

保全プログラムの記載事項に関すること

- ・ 「保全プログラム」の記載に当たっては、機器・系統毎に管理指標を定め、これを維持するための点検方法や点検頻度などについて科学的な知見を基に選択すること
- ・ 「保全プログラム」においては、時間計画保全の考え方に基づく事業者による定期的な検査に加えて、状態監視保全や定例試験など運転中に行う保全活動も合わせて記載すること

高経年化対策との関係に関すること

- ・ 「保全プログラム」は高経年化技術評価及び定期安全レビューと連動したものとすること。高経年化対策を講じる時点及び定期安全レビューを行う時点においては、基本的事項が見直される機会となることから、国による確認がなされるように措置すること。

点検間隔の変更に関すること

- ・ 機器・系統毎の点検間隔の見直しに際し、その妥当性を評価する基準の策定に当たっては、事業者に対し、点検前データの取得・評価の方法などを含めた厳格な技術評価を求めること
- ・ 原子炉停止毎に点検を行う必要のある機器・系統の最短の点検間隔により原子炉停止間隔が定められ、「保全プログラム」の基本的事項の中に定められること

保全プログラムの実施状況の検査について

- ・ 事業者が実際に「保全プログラム」に基づいて適切に保全活動を実施していることを確認する検査として、プラント停止中の検査に加えて、運転中における検査が必要であること

2) 保全プログラムに基づく保全活動に対する検査制度に関する法令の枠組み
保全プログラムに基づく保全活動に対する検査制度に関する法令の枠組みについては、平成18年12月15日の検査の在り方に関する検討会において、原子炉等規制法及び電気事業法に基づく経済産業省令を改正することにより対応することが報告されました。また、定期検査に関する法制度上の要請から、国が定期検査の間隔を幾つかの категория に分けて設定することが必要とされ、その categoria の設定方法については保守管理検討会で技術的な検討を行うこととされました。

3) 発電設備の総点検に対する対応との関係

平成18年11月30日に経済産業大臣から全電力会社に対し、過去のデータ改ざんなどの総点検の指示がなされ、平成19年3月30日に全電力会社から報告がなされました。原子力分野では、98の不適切な事案が報告されましたが、いずれも平成15年10月の検査制度改正前の事案でした。過去のものとはいえ、こうした不正を許さない仕組みを構築する観点から、原子力安全・保安院は、平成19年4月に、発電設備の総点検結果を踏まえ、保安規定の変更命令を含む30項目の対応策を公表しました。その中で、保全計画記載要求事項として「原子炉停止時の安全管理」の追加が必要とされ、その具体的な記載内容についても保守管理検討会で検討を行うこととされました。また、平成18年9月の報告書で示された3つの柱のうち、「安全確保上重要な行為に着目した検査制度の導入」「根本原因分析のためのガイドラインの整備等」について

は、先行して実施することとされました。これを受けて、「安全確保上重要な行為に着目した検査制度の導入」として、定期検査に伴う起動・停止時の保安検査及び運転上の制限を逸脱した場合の検査が平成19年9月30日から、「根本原因分析のためのガイドラインの整備等」として根本原因分析の要求が平成19年12月14日から導入されています。

4) 本資料の位置づけ

本資料は、「『保全プログラム』に基づく保全活動に対する検査制度の導入」によりどのように安全が向上するかについて、一般の方にご理解頂くためにとりまとめたものです。また、「安全上重要な行為に着目した検査制度の導入」、「プラント毎の総合評価による検査の実効性の向上」についても御説明します。

1. 現在の事業者の保全活動と国の検査について

原子力発電施設は、配管・ポンプ・圧力容器等から構成されます。これらは使用とともに劣化するため、プラントの保全活動として、分解点検等による劣化の進展把握や部品の取替が行われています。

現在、こうした作業は、国が定期検査を実施する間隔毎（原則として、13月を超えない時期毎）に、事業者が原子炉を停止して実施しています。

なお、必ずしも、全ての機器について毎回分解点検等を行っているものではありません。

具体的には、動的機器（ポンプ、弁など）については、定期的（例えば5回の定期検査に1回の頻度）に分解点検を実施し、劣化の進み具合を把握しています。なお、現在はこうした機器が健全に動作していても従来から定めていた周期に従い分解点検を行い、それに合わせ消耗品を取り替えています。また、点検時点での機器の状態のデータ分析・収集を科学的に行い、以降の保全活動の改善に活かすことは義務づけられていません。

静的機器（配管、容器等）で発生する主要な劣化事象については、学協会規格等において、一定期間内に実施すべき検査量が定められています（例：日本機械学会維持規格において、圧力容器の溶接線に対して10年間で実施すべき超音波探傷検査が定められている）。事業者は、規格等で定める範囲に全ての点検が終わるように計画を立て、検査を実施しています。

国は、13月を超えない時期毎に行われる定期検査において、事業者が点検を行った設備のうち重要度の高いものについて、起動前の機能確認を中心とした検査を行っています。

定期検査時の事業者の作業項目

作業項目	作業方法
劣化の進み具合の把握	・ 圧力容器等について規格等に基づき特定年数（10年間等）にわたって計画的な超音波探傷等を実施
	・ ポンプ等について定期的（例えば定期検査5回に1回）に分解点検を実施
部品等の取替	・ 劣化が進展した部品の取替や、燃料の取替を実施
起動前の機能の確認	・ 分解点検後の機器等が正常に動作することを試験して確認

現在国が定期検査の対象とし、重点的に確認

2. 保全プログラムを基礎とする検査の導入による国の関与の強化について
 保全プログラムを基礎とする検査制度においては、事業者に対して以下に掲げる様々な保全活動の実施を追加的に要求し、事業者の保全活動の一層の充実を求めるとともに、国がその実施状況を厳格に確認します。

(1) 保全を充実させるための保安規定記載要求事項の拡充

事業者の保全活動の基本的な方法については、原子力発電所毎に、原子炉等規制法第37条に基づく保安規定において定められ、国が認可しています。今回、安全をより一層向上させる観点から、保全重要度を勘案した上で、点検時の機器の状態を踏まえた保全方法の継続的な改善を促す等のため、下表のとおり、保安規定の記載要求事項を拡充します。

国は、新たな保安規定の認可にあたっては、事業者に充実を義務付けた内容が適切に反映されていることを確認するとともに、事業者がその内容を変更する場合には、その根拠となる技術的判断を厳格に確認します。

保安規定における標準的な記載項目の新旧比較

旧	新（下線部は新設または充実される項目）
保守管理の実施方針及び目標 保全の対象範囲の策定 保全プログラムの策定	保守管理の実施方針及び保守管理目標 保全対象範囲の策定 <u>保全重要度の設定</u> <u>保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視</u>
保全の実施 保全計画 点検・補修等の結果の確認・評価 是正処置	保全計画の策定 保全の実施 点検・補修等の結果の確認・評価 点検・補修等の結果の不適合管理、是正処置及び予防処置 <u>保全の有効性評価</u>
保守管理の定期的な評価 情報共有	<u>保守管理の有効性評価</u> 情報共有 <u>原子炉停止間隔</u>

新たな制度においては、 の保全対象範囲の策定から の保全の有効性評価までのしくみ全体を保全プログラムと呼んでいます。

の原子炉停止間隔については(4)にてご説明します。

a) 保全活動についての重要度の設定

原子力発電所の安全性を確保する上で重要となる保全活動の重要度を明確化します。このことにより、重要度が高いものにはよりきめ細やかな対応を行うなど、保全の質の向上が図られます。

また、重要度を設定するにあたっては、従来より設計・保守の基本的な考え方の基礎としてきた原子力安全委員会が定めた「発電用軽水炉型原子力施設の安全機能の重要度分類に関する指針」に基づく重要度に加えて、確率論的安全評価から得られるリスク情報を考慮するなど、各事業者がより細やかな検討を行って保全重要度を設定することで、それぞれの状況に応じたより適切な保守管理がなされます。

b) 保全活動管理指標の設定

事業者が保全活動を継続的に改善するために「保全活動管理指標」を設定し、その評価を行うことを求めます。保全活動管理指標は保全活動の成績を客観的に評価するための「ものさし」として用いられ、保全活動の効果と弱点が「見える」ようになります。

c) 保全の有効性評価・保守管理の有効性評価

新たに追加される項目のうち、保全の有効性評価は、これまでも保守管理の定期的な評価の一部として実施されてきたものですが、継続的改善が確実にされる仕組みの導入を促すため、保守管理全体に係る文書管理や教育訓練等の評価とは区別し、科学的なデータに基づき、運転サイクル毎に評価を実施することを要求します。また、保守管理全体に係る評価については、保守管理の有効性評価として要求します。

保全の有効性評価においては、機器を構成する部品単位で、想定される劣化メカニズム（劣化事象・劣化因子）を抽出し、自プラントから得られる情報のほか、他プラントにおける類似機器の情報や、耐久性試験等の研究成果などの情報も収集して、適切な間隔を評価することを求めます。こうした評価を確実にを行うため、事業者においては、代表的な機器毎に、想定される劣化事象を網羅した劣化メカニズム整理表を整備する予定です。

(2) 保全計画の事前届出の義務付け

従来は運転サイクル毎の保全活動については、定期検査、定期安全管理審査を通じて実施状況の確認をしていましたが、今後は、保全活動の評価・改善が確実に実施され、保全活動が継続的に改善されることを確認するため、下表のとおり、運転中の保全活動を含む点検・補修等の計画を電気事業法第42条に基づく保安規程として国に届出させます。

国は、届出された保全計画について、高経年化対策の実施計画や、数年毎に

点検する機器の当該サイクルでの取り扱い、保全の有効性評価結果の適切性などを事前確認し、必要があれば同条第3項に基づき変更を命じます。

また、保全計画の実施状況については、定期安全管理審査を中心に、定期検査も活用して確認します。定期安全管理審査などでの指摘は、次期保全計画の確認に反映させます。

保全計画の届出項目の新旧比較

旧	新
蒸気タービン、補助ボイラーのみ計画の届出を求めており、原子力施設全体としての体系化された計画の届出は求めている	原子力施設全体を対象範囲とし、前サイクルの保全の有効性評価の結果を添付のうえ、以下の項目について記載 <ul style="list-style-type: none"> ・ 保全活動管理指標の次サイクルの目標値 ・ 点検計画、補修、取替及び改造計画 ・ プラント停止時の安全管理 ・ 定期事業者検査における判定方法 ・ 特別な保全計画

保全計画への記載・添付を要求する事項について、その内容は次のとおりです。

保全の有効性評価の結果

事業者が次のサイクルの保全計画を策定する根拠となる保全の有効性評価の結果を提出させ、原子力施設の安全確保のための保全活動の継続的改善が保安規定に従って行われていることを確認します。

保全活動管理指標の次サイクルの目標値

保全活動管理指標（事業者が自らの保全活動の弱点等を客観的に把握するため、自ら設定する指標）の目標値について、運転実績及び保全の有効性評価の結果を踏まえ、保全計画に記載させることとします。

点検計画、補修、取替及び改造計画

定期事業者検査以外の作業項目も含め、点検計画、補修、取替及び改造計画について、計画作成基準を明確化し、国への届出制を導入し、その適切性を事前確認します。その際、従来は省令で全プラント一律に点検時期が規定されていた蒸気タービンや補助ボイラーの点検方法、また定期検査対象設備の非破壊検査の実施時期についても、同計画への記載を求め、国がその適切性を個別に確認します。事業者は、この保全計画に従い、過去のトラブル履歴などプラント毎の特性を踏まえて、点検・補修・取替及び改造を実施することとなります。

プラント停止時の安全管理（発電設備の総点検への対応）

発電設備の総点検により見出された北陸電力株式会社志賀原子力発電所 1 号機の臨界事故（平成 11 年 6 月）を踏まえ、プラント停止時の安全管理をより確実なものとするため、保全計画の記載要求事項に新たに「プラント停止時の安全管理」を追加します。更に、定期事業者検査以外の安全上重要な保守点検活動の計画的実施についても記載させることとします。

具体的には、停止時に各系統設備に要求される運転上の制限（LCO）の遵守の計画を確認します。また、定期事業者検査以外の保全活動のうち、原子炉停止時における異常の発生防止及び影響緩和の機能に影響を与える可能性のあるもの（止める、冷やす、閉じ込める機能に着目）について、当該遵守計画に併記させます。あわせて、安全確保上注意すべき事項を記載させ、安全確保策の充実を促します。

この計画を活用し、保安検査官による安全上重要な行為に着目した検査等を通じて、事業者の停止時の安全管理活動を確認していきます。

定期事業者検査における判定方法

事業者においては、電気事業法第 39 条により、設備が技術基準に適合するよう維持することが義務付けられています。新たな検査制度の導入により、定期検査の実施時期がプラント毎に設定された場合でも、事業者において、定期事業者検査を実施して以降、次の定期事業者検査まで技術基準適合性を維持させることが必要となります。このため、定期事業者検査においてどのように判定方法を設定するかについての考え方を記載させることとし、保全の有効性評価の結果として設備の点検間隔が変更された場合でも、変更後の間隔等を踏まえて検査が実施されることを確認していきます。

プラントを長期間停止させる際に策定する特別な保全計画

プラントを長期間停止させる場合、特別な保全計画として、以下の計画等を作成して国に届け出ることを求めます。

a) 長期停止する設備の健全性評価に関する計画

長期停止する設備について、必要な場合には技術基準適合性に影響を与える損傷の有無を確認するための点検・解析計画を国に届出させ、その適切性を事前確認する。

b) 長期停止する設備の保管方法等に関する計画

長期停止する設備の保管計画（例：水素と酸素を結合させて水にする反応を促進する白金触媒の乾燥保管等）を国に届出させ、その適切性を事前確認する。

c) 再起動後の健全性確認方法に関する計画

再起動前に設備の健全性を確認した後、再起動後に追加的に設備の健全性を確認するための点検計画等を国に届出させ、その適切性を事前確認する。

(3) 適用可能な新技術を用いた運転中の検査の義務付け

動的機器の振動診断技術など、新たな設備診断技術を用いた運転中の機器の状態監視の積極的な導入により、異常の兆候を早期に検知することが可能となり、トラブルの低減につながることを期待されます。このため、まずは原子炉運転中に行う振動測定による状態監視を定期事業者検査と位置づけ、国は定期安全管理審査において、その実施状況を確認します。

具体的には、電気事業法上で定期事業者検査は技術基準に適合していることを確認するものと規定されていることから、運転中の定期事業者検査の対象は、技術基準上原子炉の運転中に試験ができるように施設することが要求されている設備のうち、状態監視として広く行われている振動測定による定量的な管理が可能な機器とすることを検討しています。

さらに、状態監視は、技術基準適合性確認に限定することなく、安全確保の充実の観点から行う傾向監視として、事業者における保全活動において積極的な取り組みが期待されるものです。このため、保全計画（点検計画）の確認等を通じて、事業者における設備診断技術の積極的な導入が図られていることを確認していきます。

(4) 「保全プログラム」に基づく充実した保全活動の下での検査の間隔

今回の検査制度の改正においては、事業者の行う保全活動及び国の行う検査等の科学的合理性を高め、安全確保のためにより有効な保全活動及び検査等としていくことを主眼としています。

そのための活動として上述のとおり各事業者において技術情報の蓄積が図られ、点検方法や点検間隔・頻度の設定が改善されていくこととなります。具体的には、最適な点検間隔・頻度の設定により、経年劣化によるトラブルの防止や、機器に不要な状態変化を与えることによって発生する可能性のある不具合の発生低減が可能となります。

原子力発電所の多くの機器について、このように技術情報の蓄積が図られ、より適切な点検間隔・頻度が設定された場合には、現在の、特に科学的・合理的な根拠に基づいていない定期検査の間隔について、科学的・合理的根拠に基づく間隔として設定することが可能となります。その際に必要な手続きは次の通りです。

原子炉を停止して行う点検・検査を行う間隔の設定

原子力発電所においては、定期的に原子炉が停止され、機器等の技術基準適合性を確認するための検査がなされています。これは、原子力発電所の機器の多くが、原子炉の運転中において稼働状態もしくは待機状態にあることを要求されており、それぞれの機器の技術基準適合性を維持するための点検・検査をするためには、原子炉を停止する必要があるためです。

原子炉を停止して行う点検・検査の間隔について科学的・合理的根拠をもって設定するには、原子炉を停止して実施する必要のある点検・検査の対象機器のそれぞれについて、点検時の劣化状態等のデータを基に、適切な点検・検査の間隔を設定する必要があります。その際にはプラント全体の高経年化による影響も含めて評価する必要があります。そのうえで、それぞれの機器で設定された間隔のうち最も短い間隔の範囲内で、原子炉を停止して点検・検査を行う間隔を設定することとなります。

原子炉の運転期間（原子炉停止間隔）の設定

原子炉の運転期間を決める要素としては、原子炉を停止して行う点検・検査の間隔のほかに、電力供給の計画や、燃料の調達等を含めた計画的な燃料交換等の運用面の問題があります。燃料交換にあたっては、原子炉設置許可の際に設定されている制限値を満足するように計画される必要があります。実態上の原子炉の運転期間は各事業者においてこれらを考慮してプラント毎に設定する必要があります。

事業者による運転期間の設定の妥当性については、当該運転期間（原子炉停止間隔）を保安規定に記載させることにより、国の認可事項として審査します。運転期間を変更する際には、運転実績を踏まえて保守的に変更幅を選択することを要件としています。

定期検査の間隔のカテゴリーについて

実態上の原子炉の運転期間は上述のように点検・検査の間隔のほか燃料交換等を踏まえて保安規定において設定されますが、国が行う定期検査の時期については、法制度上の要請から、電気事業法に基づく省令において、幾つかのカテゴリーに分けて設定する必要があります。

カテゴリーについては、学協会等における過去の検討実績や諸外国における設備点検頻度に関する制度とその運転実績を参考に検討した結果、従来の13月以内との制限に加え、18月以内、24月以内の制限を設定することとします。新たな制度においては、国はそれぞれのプラントをこれらのカテゴリーのいずれかにあてはめることとなります。

定期検査の間隔設定の運用について

国は、プラント毎に定期検査間隔を設定する際、事業者が原子炉停止間隔を

設定する際に実施した設備毎の点検間隔の評価結果を厳格に確認します。同評価は、保全の有効性評価の一部として保全計画に添付され、国に届け出られません。

また、先述のとおり、定期事業者検査においては、次回の定期事業者検査が行われるまでの期間を通じて設備が技術基準に適合するように維持する観点から、判定基準に運転期間を反映させる必要のあるものがあり、その判定基準の適切性、検査結果の判定の適切性等について、国は定期検査等を通じて確認します。

国は、プラント毎にこれらの確認を実施した後、定期検査間隔のカテゴリーを指定するとともに、同カテゴリーの範囲内で、原子炉停止間隔を認可します。

なお、事業者が予防保全の観点から補修工事等の前倒し実施等のために13ヶ月未満の定期検査の間隔を保全計画で設定することは可能です。

判定基準として運転期間を考慮する検査の例

検査項目	考慮する劣化事象	技術基準	検査の考え方
き裂その他の欠陥に対する検査	き裂その他の欠陥の進展（SCC，疲労）	第9条の2	日本機械学会維持規格等に基づき実施
配管の肉厚に対する検査	減肉	第9条	日本機械学会配管減肉管理規格に基づき実施
原子炉格納容器漏えい率の検査	隔離機能の劣化	第32条	日本電気協会原子炉格納容器の漏えい率試験規程に基づき実施
安全保護系の設定値の検査	計器の出力値の変動	第22条	日本電気協会安全保護系計器のドリフト評価指針に基づき実施

（5）円滑な新制度への移行について

新検査制度を円滑に導入するためには、各種手続きについて、段階を追って進める必要があります。

新制度施行後は、まず保安規定の記載要求事項を充実させ、事業者におけるより高度な保全の実施を促します。新制度適用当初は、現在稼働中の全ての発電用原子炉の原子炉停止間隔は、現行の定期検査の間隔を踏まえて、13月以内とします。

運転サイクル毎に改善されていく具体的な活動の計画（保全計画）については、定期検査期間中と運転期間中の両期間を通したものとして策定することから、通常の保全計画の策定については、保安規定の記載要求の充実に係る変更

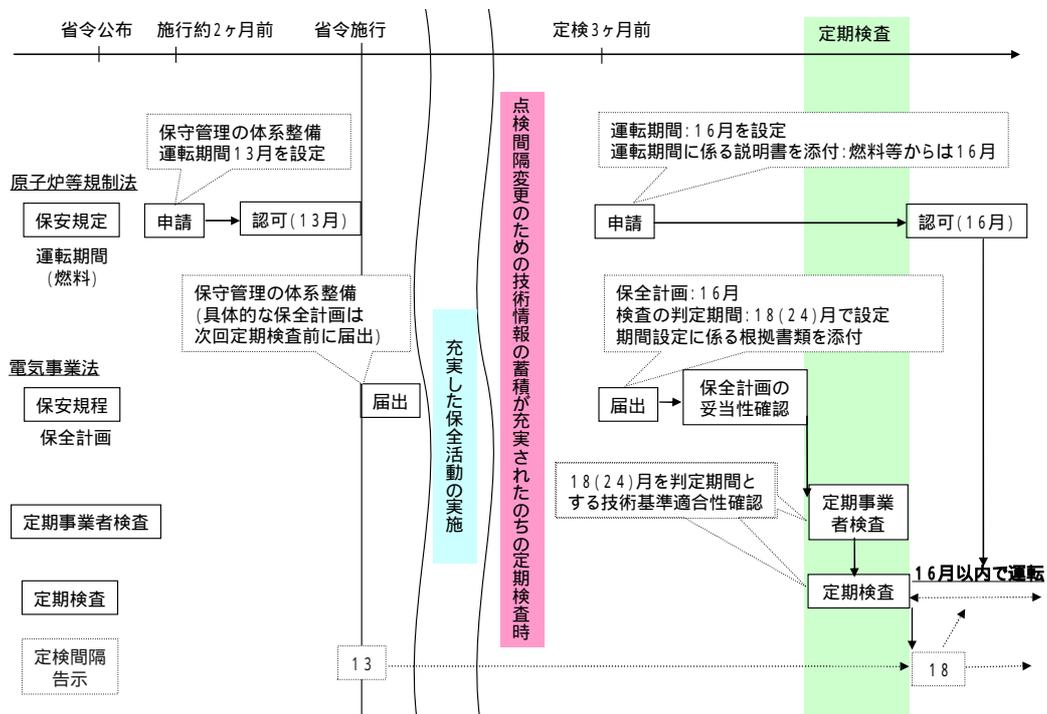
認可ののちに行われる定期検査に係るものから適用されます。

定期検査を行う時期については、現行の13月以内から変更する場合は、事業者は原子炉を停止して行う必要がある点検・検査の間隔の妥当性を示すデータを収集・整理して国に提示する必要があるとあり、制度導入当初は、従来同様、全プラントについて、13月を超えない時期として運用することとなります。

また、事業者における点検時のデータの蓄積や経年劣化の管理、状態監視の導入の見通しを踏まえ、慎重に対応する観点から、技術評価によって24月以上の定期検査間隔の妥当性が示された場合であっても、施行後に多くのプラントが3サイクル程度の運転を実施するまでの期間は、24月の指定が行われない仕組みとします。

また、実際に原子炉を停止して検査を行う時期については、国が指定する定期検査間隔の制限の範囲内で、燃料交換等から定まる原子炉の運転期間によって決まることとなります。原子炉の運転期間を保安規定の記載事項として審査する際は、実績を積み重ねつつ進める観点から、間隔の変更幅は保守的に設定することを求めています。

新検査制度における流れ(例)



(6) 定期検査時の国及び事業者の作業項目の変更点について

国の定期検査はこれまで通り、機能確認を中心に行います。これに加えて、今後は、事業者が機能確認試験の前に実施する非破壊検査等の保全活動についても、計画の適切性を事前確認するとともに、その実施状況について、定期安全管理審査等で確認することとなります。なお、事業者が機能確認試験前に行う非破壊検査等のうち、重要なものについては定期検査の確認対象としていますが、その際の検査対象は事業者が保全計画に基づき実施する保全活動を踏まえて選定することとなります。

定期検査時の国及び事業者の作業項目の変更点

事業者の保全活動	国が保全計画書で事前確認	
	現行検査制度	新検査制度
劣化進展把握	・動的機器(ポンプ等)は定期的な分解点検(5定検に1回等)で劣化状態を把握。	方法・頻度を継続的に改善 運転中の状態監視を追加導入
	・圧力容器等について学会等の基準に基づき特定年数(10年間等)にわたって計画的な検査を実施	変更なし (定検間隔を変更すれば1定検の作業量増加)
部品の取替え等	・原子炉を停止した際に部品の取替等を実施	方法・頻度を継続的に改善
起動前の機能の確認	・分解点検後の機器等が正常に動作することを試験して確認	変更なし

国が定期検査の対象とし、重点的に確認

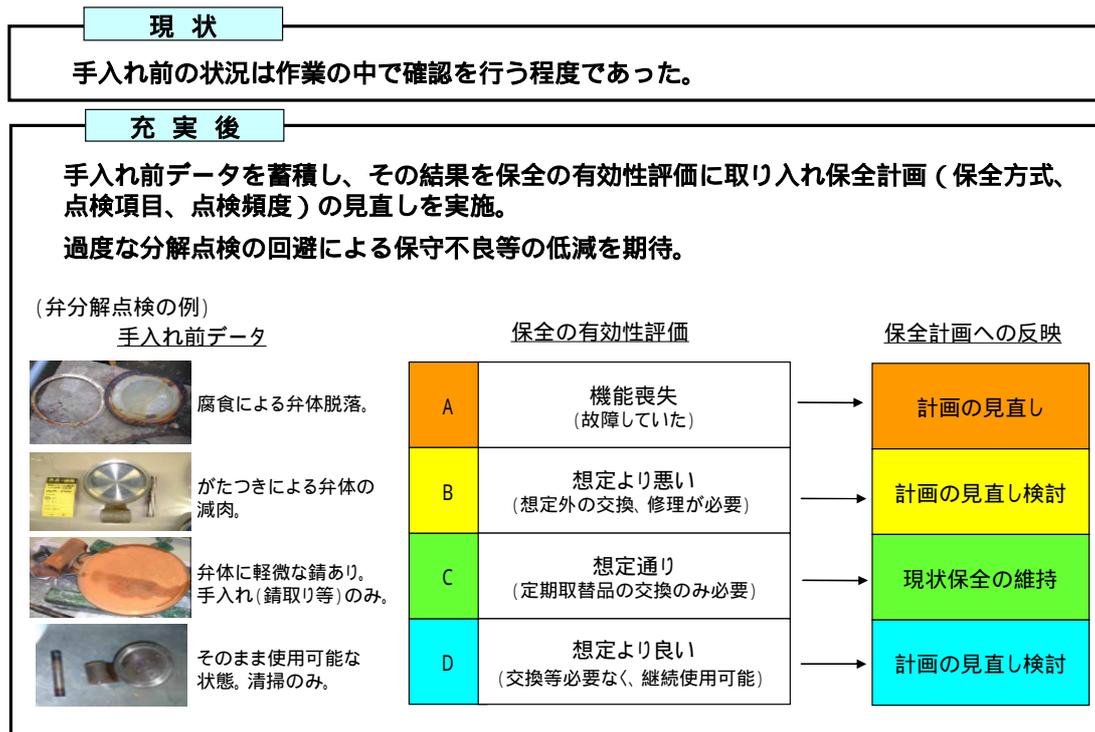
(1) 手入れ前データ等の蓄積と評価による点検方法や頻度の適正化

原子力発電所に設置される多くの機器（弁、ポンプ、ファン、容器など）については、その大部分が定期検査期間中に、一定の頻度により分解点検・手入れされています。これまでは、手入れ後の機器の状態確認に重きが置かれ、手入れ前の状況は点検作業の中で確認を行う程度でした。

今後は、機器の手入れ前の状態を確認する際に、当該機器を構成する主要な部品について劣化の状況が想定通りであるかどうかを評価し、現在の保全項目・頻度等が適切かどうかを確認することとなります。

また、手入れ前データを蓄積することにより、その結果を保全活動の評価に取り入れ、必要に応じて保全方式・点検項目・点検頻度を見直し、最適化することが可能となります。

こうした活動により、過度に状態変化を与えることも回避され、保守不良等が低減することも期待されます。



弁の分解点検における手入れ前データの活用例

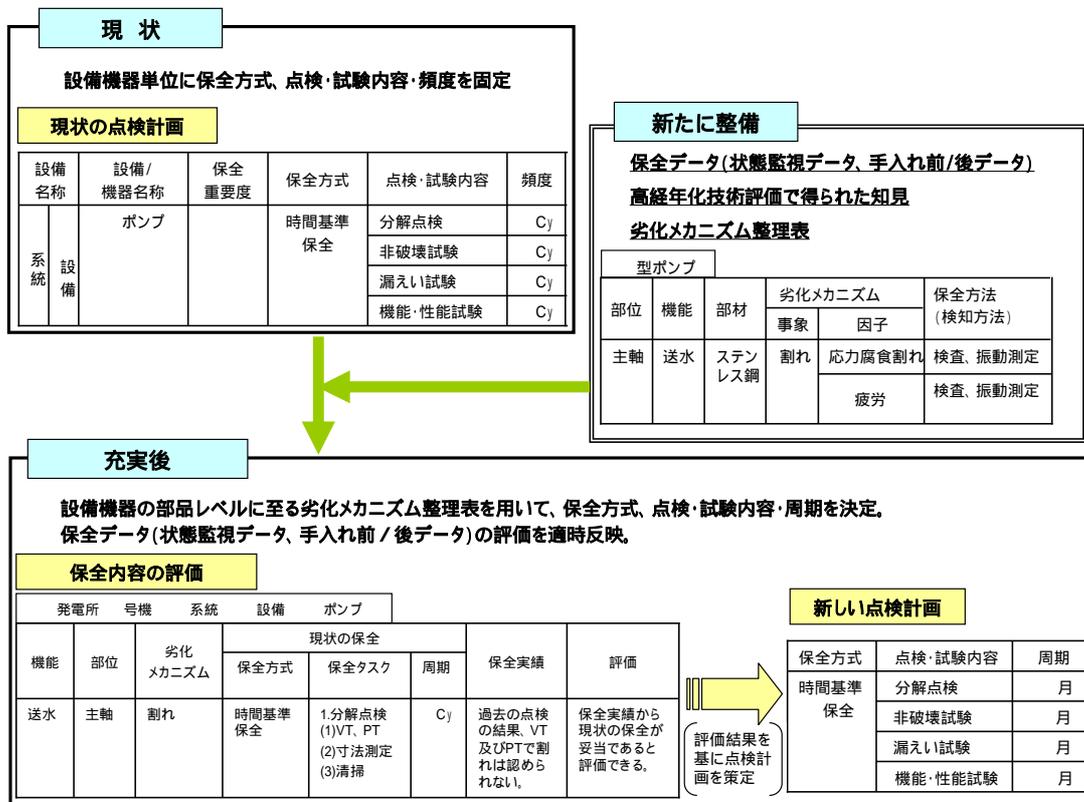
(2) 劣化メカニズム整理表の整備による経年劣化管理の徹底

原子力発電施設に対する保全活動においては、設計・製作不良に伴う対応、トラブルの再発防止や水平展開など、これまでの運転経験を踏まえて継続的な改善が積み重ねられてきています。

さらに、近年、運転開始後30年時点で実施される高経年化技術評価で得られた知見が蓄積されてきています。

今後は、運転年数の長期化に伴う劣化に対する対応がとりわけ重要であることから、事業者は、高経年化技術評価で得られた知見を活用し、機器毎に想定される劣化事象を劣化メカニズム整理表として取りまとめ、これを踏まえて保全計画（保全方式・項目・頻度）を策定します。さらに、劣化メカニズム整理表については、事業者間の情報共有が図られ、定期的に見直し作業が行われることとなり、経年劣化管理の徹底が図られます。

これにより、高経年化に伴う劣化進展についても運転開始当初からの継続的なデータにより体系的に監視し、適切なタイミングで補修・取替等を行うことが可能となります。また、高経年化に至る前から管理すべき配管減肉、高サイクル熱疲労などによるトラブルの未然防止や高経年化プラントの保全の確実な実施が期待されます。



劣化メカニズム整理表による点検計画の充実

(3) 保全の定期的な有効性評価の実施による保全の継続的な改善

新制度においては、運転サイクル毎に保全活動の有効性評価が行われ、評価結果が次の保全計画に反映されることで、保全活動の継続的な改善がなされます。その際には、従来行われていた過去のトラブル経験の反映等に加え、保全活動管理指標による監視の結果や、設備診断技術による状態監視の結果、分解点検時の手入れ前の部品の状態も活用していきます。

また、部品単位の劣化に着目し、前サイクルの劣化進展の実績や、類似環境下にある同種部品の劣化実績、部品の耐久性試験等の研究成果を用いて、点検方法や最適な点検間隔・頻度を設定していきます。

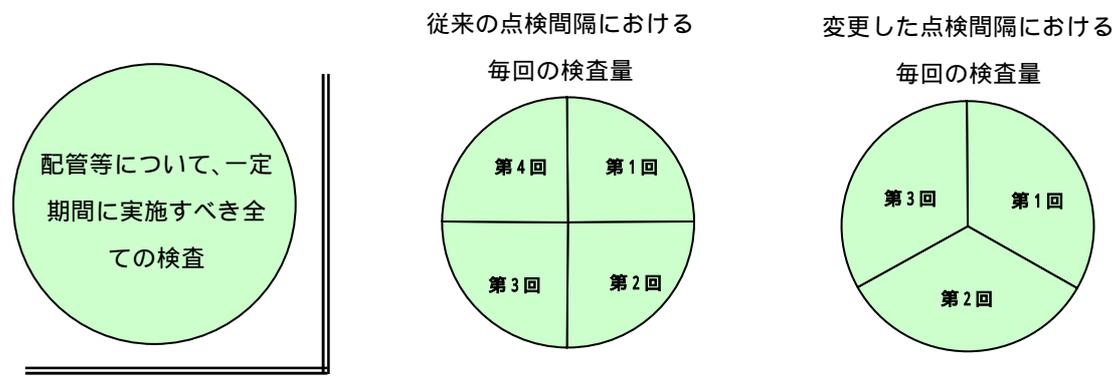
これにより、他プラントでの実績も含めた最新の知見が常に保全活動に反映され、経年劣化によるトラブルや、不要な状態変化を与えることによる不具合の低減が期待されます。

なお、圧力容器等の静的機器に対する超音波探傷検査など、規格基準等により一定期間における検査量が定まっている検査については、今後とも、その要件を満足するように検査が実施されます。

保全の有効性評価の例

評価に用いる情報	評価内容	対応
保全活動管理指標の監視結果	目標値を下回っており、改善が必要	保全方式・点検間隔の変更
点検手入れ前データ	当初の想定よりも劣化進展が早い	保全方式・点検間隔の変更（点検間隔の短縮）
	当初の想定よりも劣化進展が遅い 若しくは劣化が見られない	保全方式・点検間隔の変更（点検間隔を決定する劣化事象の見直し）

規格基準等により点検頻度が定まっている検査の運用（例）



静的機器については、学協会規格等において、一定期間内（例えば5年間）に実施すべき検査総量が定められています。したがって、点検間隔の変更にに関わりなく、一定期間内に全ての検査を終わらせなければならないため、仮に点検間隔を延長した場合、1回の検査量は増加することとなります。

(4) 運転中の点検・監視の充実による偶発故障の抑制

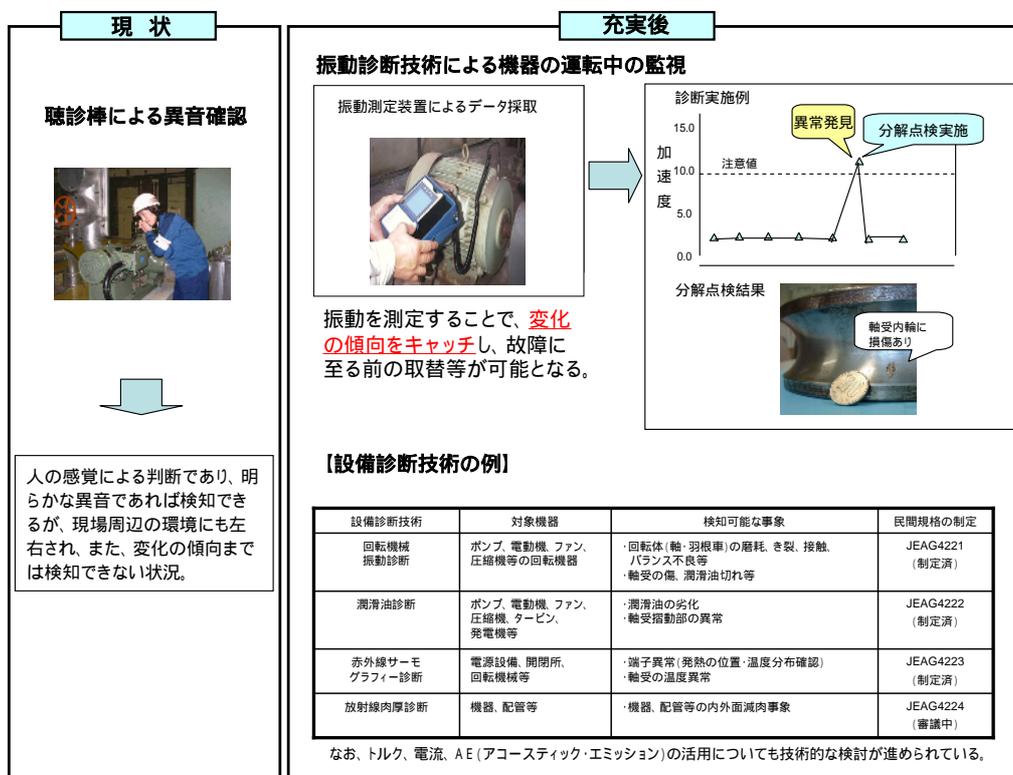
現状は、原子炉運転中の保全活動として、定期的な作動試験、巡視点検などが実施されており、異音、異臭、発熱の有無などについて、点検する技術者の経験による知覚などにより判断しています。

今後こうした活動の重要性は変わりませんが、一方で、新たに、振動診断、油分析、赤外線サーモグラフィーなどのいわゆる設備診断技術を用いた状態監視を積極的に導入することにより、従来手法による点検では検知できない変化の兆候を把握することが可能となってきています。

例えば、送水ポンプなどの回転機器への振動診断技術の適用、電源設備への赤外線サーモグラフィー探知技術などの適用により、回転体の摩耗、端子の発熱等の異常を早期に捉え、機器が故障に至る前に修理することが可能となります。

こうした技術の活用により、定期的な分解だけでは防止できない偶発故障についても早期に兆候を捉えて対応することが可能となり、トラブルの低減につながることを期待されます。

なお、こうした技術の品質を確保するため、現在、学協会規格の策定が順次進められているところです。



運転中の状態監視の取り組み

(5) 保全活動管理指標による改善目標の明確化

事業者が保全活動を継続的に改善するために「保全活動管理指標」を設定し、その評価を行います。保全活動管理指標は保全活動の成績を客観的に評価するための「ものさし」として用い、保全活動の効果と弱点を「見える」ようにします。なお、評価は高経年化等を含めた運転履歴等を踏まえて行います。

管理指標及びその目標値は、原子炉施設の安全性の観点から、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」などの重要な「機能」に着目して、運転実績等に基づき、「プラント全体の保全活動管理指標」、「保全重要度の高い系統について系統毎の保全活動管理指標」等を設定します。

なお、見いだされた弱点に対して、根本原因分析手法を活用することなどにより、作業環境要因（作業場が狭く適切な工具が使えない等）や組織要因（十分な作業時間が取れない等）の是正によるヒューマンエラーの抑制なども期待されます。

現状																	
<p>これまでは保全の有効性を客観的に評価するための指標（目標値）が明確でなかった。</p>																	
充実後																	
<p>保全活動の成績の見える化 保全活動管理指標の設定・・・管理指標、目標値の設定により、保全活動の効果と弱点を「見える化」 【保全活動管理指標(例)】</p>																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>保全活動管理指標（例）</th> <th>目的</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">プラント全体</td> <td>計画外の原子炉自動停止回数</td> <td rowspan="3">プラントの運転に影響を与える故障等の発生を監視</td> </tr> <tr> <td>計画外の出力変動回数</td> </tr> <tr> <td>工学的安全施設（非常用設備）の計画外作動回数</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">系統毎</td> <td>予防可能故障（適切な保全が行われていれば予防できたとされる故障回数）</td> <td>保全が不備のため発生した故障回数を計測することにより、系統毎の保全が不十分であるか直接測定</td> </tr> <tr> <td>非待機時間（非常用の系統について、故障の発生から復旧するまでの時間）</td> <td>非常用の系統については、故障後の復旧に要する時間を短くすることが安全上重要であり、その時間を監視するもの</td> </tr> </tbody> </table>		保全活動管理指標（例）	目的	プラント全体	計画外の原子炉自動停止回数	プラントの運転に影響を与える故障等の発生を監視	計画外の出力変動回数	工学的安全施設（非常用設備）の計画外作動回数	系統毎	予防可能故障（適切な保全が行われていれば予防できたとされる故障回数）	保全が不備のため発生した故障回数を計測することにより、系統毎の保全が不十分であるか直接測定	非待機時間（非常用の系統について、故障の発生から復旧するまでの時間）	非常用の系統については、故障後の復旧に要する時間を短くすることが安全上重要であり、その時間を監視するもの				
	保全活動管理指標（例）	目的															
プラント全体	計画外の原子炉自動停止回数	プラントの運転に影響を与える故障等の発生を監視															
	計画外の出力変動回数																
	工学的安全施設（非常用設備）の計画外作動回数																
系統毎	予防可能故障（適切な保全が行われていれば予防できたとされる故障回数）	保全が不備のため発生した故障回数を計測することにより、系統毎の保全が不十分であるか直接測定															
	非待機時間（非常用の系統について、故障の発生から復旧するまでの時間）	非常用の系統については、故障後の復旧に要する時間を短くすることが安全上重要であり、その時間を監視するもの															
<p>【指標による評価結果(例)】</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>要求される機能</th> <th>管理指標と目標値</th> <th>設定根拠</th> <th>評価結果</th> <th>保全計画検討要否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">残留熱除去系</td> <td>炉心冷却機能</td> <td> 予防可能故障 < 1回/サイクル 非待機時間 < 120時間/サイクル </td> <td> 予防可能故障 系統を代表する機器であるポンプ、弁の故障確率が1.0×10^{-3} (故障/デマンド)を下回るため 非待機時間 2つの機器の保安規定上の許容待機除外時間は異なり、保守的に小さな方の値(10日)の半分として設定 この場合、条件付炉心損傷確率の増分は となり、米国等で参照されている値を下回る </td> <td> 今サイクルの運転の結果 予防可能故障 0回 非待機時間 0時間 </td> <td>否</td> </tr> <tr> <td>放射性物質の閉じ込め機能</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	系統	要求される機能	管理指標と目標値	設定根拠	評価結果	保全計画検討要否	残留熱除去系	炉心冷却機能	予防可能故障 < 1回/サイクル 非待機時間 < 120時間/サイクル	予防可能故障 系統を代表する機器であるポンプ、弁の故障確率が 1.0×10^{-3} (故障/デマンド)を下回るため 非待機時間 2つの機器の保安規定上の許容待機除外時間は異なり、保守的に小さな方の値(10日)の半分として設定 この場合、条件付炉心損傷確率の増分は となり、米国等で参照されている値を下回る	今サイクルの運転の結果 予防可能故障 0回 非待機時間 0時間	否	放射性物質の閉じ込め機能				
系統	要求される機能	管理指標と目標値	設定根拠	評価結果	保全計画検討要否												
残留熱除去系	炉心冷却機能	予防可能故障 < 1回/サイクル 非待機時間 < 120時間/サイクル	予防可能故障 系統を代表する機器であるポンプ、弁の故障確率が 1.0×10^{-3} (故障/デマンド)を下回るため 非待機時間 2つの機器の保安規定上の許容待機除外時間は異なり、保守的に小さな方の値(10日)の半分として設定 この場合、条件付炉心損傷確率の増分は となり、米国等で参照されている値を下回る	今サイクルの運転の結果 予防可能故障 0回 非待機時間 0時間	否												
	放射性物質の閉じ込め機能																

保全活動管理指標と保全の有効性評価の充実

(6) 保全計画の作成

前サイクルの保全の有効性評価結果を踏まえて作成される保全計画には、次の3つがあります。

- a) 機器の分解・開放点検などにより設備の状態を確認する点検計画
 - b) 設備の状態を維持・向上する補修・取替え及び改造の計画
 - c) プラントを長期間停止させる際に策定する特別な保全計画
- これらの計画について以下のように充実させます。

a) 点検計画

定期検査の考え方の基本でもある定期的な分解点検等を主体とする方式(時間基準保全)に加えて、「設備診断技術」を活用し、設備の状態に応じて保全を行う方式(状態基準保全)も導入し、分解点検、漏えい試験、機能・性能試験などといった点検方法や、点検頻度等について、有効性評価を踏まえた適切な計画を策定します。

b) 補修、取替及び改造計画

工事計画認可等の対象外であった補修、取替え及び改造も含めて、高経年化や最新知見を踏まえた取替え、改造などが計画的に実施できるように、その内容と理由を明確にして計画を策定します。

c) 特別な保全計画

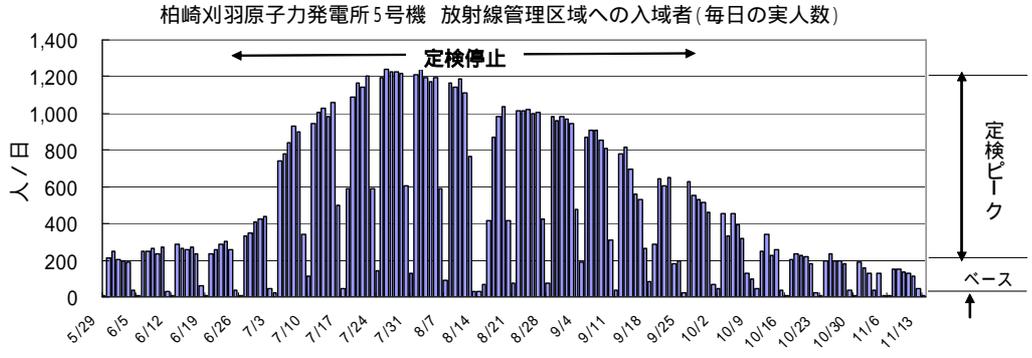
プラントを長期間停止させる際に策定する保全の計画として、設備の状況把握、運転再開前の試運転等の設備の動作確認、さらには運転再開後の監視など、通常と異なる保全について、その内容と理由を明確にして、計画を機器の状態、点検等の進捗に応じて策定します。

上述のとおり、手入れ前データ等の追加的なデータを利用した保全の有効性評価の実施と、次サイクルの保全計画への有効性評価結果の反映により、プラント毎の特性に応じた保全活動が行われ、プラントの安全性の一層の向上が期待されます。

また、運転中の状態監視を活用した保全活動等により運転中と停止中の保全活動が平準化されることで、良質な技術者の確保や被ばくの低減などが図られ、保全の信頼性が更に高まることも期待されます。

- ・定検停止時に集中的に実施される固定周期の点検が保全作業の大半を占める。
- ・定検停止時に千人規模のピークが発生。 **現場の錯綜と熟練技術者の確保に課題**

定期検査への人的資源集中（技能者の安定確保に課題）



停止時集中型でなく、運転中における状態監視等の活動により保全を充実



作業ピークが平準化され、良質な技術者による高品質な作業を確保
 作業品質が向上 信頼性向上

保全活動における要員集中と人材確保（資源の有効活用）

4. 新制度における高経年化対策について

現在、プラントの高経年化対策については、事業者に対して運転開始後30年を経過する前の時点で原子炉等規制法に基づいて高経年化技術評価¹を実施することを義務づけており、国は事業者から提出される評価結果と長期保全計画²について、妥当性を評価しています。

1) 高経年化技術評価：運転開始後30年を経過する前の時点で、原子力発電施設の主な機器・構築物に想定される劣化事象を抽出し、最新の技術的知見や運転実績等を踏まえた技術評価を行い、追加的な保全策を抽出すること

2) 長期保全計画：高経年化技術評価に基づき、高経年化対策として追加的に実施すべき措置に関する10年間の計画

高経年化対策は今後とも変わらず義務付けますが、加えて、高経年化対策を一層強化するため、高経年化技術評価に基づく10年間の保守管理方針（長期保守管理方針）を保安規定記載事項として国の認可対象とし、事業者による高経年化対策の適切性についての国による確認行為を強化することとします。

また、長期保守管理方針に基づく運転サイクルごとの具体的な事業者の保全活動については、これまで定期検査終了ごとに事後報告させることにより確認していましたが、今後は、先述の「保全計画」に記載させて事前に確認し、その実施状況についても保安検査や定期安全管理審査等により確認していくこととなります。

高経年化対策に係る検査制度の新旧比較

旧	新
高経年化技術評価及び長期保全計画の国への報告を要求	長期保守管理方針を保安規定記載事項とし、添付書類として高経年化技術評価結果を求め、適切性を審査した上で認可。
長期保全計画の各運転サイクルにおける実施状況について、定期検査終了ごとに事後の報告を要求	長期保守管理方針の各運転サイクルにおける実施計画について、保全計画に記載させて届出させ、事前に確認。実施状況についても定期安全管理審査等で確認。

また、プラントの高経年化に伴い進展する劣化事象のうち、運転開始後30年に至る以前から適切な監視が必要と考えられるものについては、劣化メカニズム整理表等に基づき劣化特性に応じた傾向監視が確実に行われることとなり、高経年化対策の充実が図られます。

国としても、30年目以前から事業者が実施する劣化の傾向監視の適切性について、運転開始当初から、保全計画で確認するとともに、その実施状況を保安検査や定期安全管理審査等で確認します。

なお、これまで高経年化技術評価が実施されているプラントにおいては、長期保全計画の着実な実施や、最新技術の導入、新材料への取替え等の予防保全措置が講じられてきていることから、原子力発電施設全体として当初からの機能や性能は維持されていることを確認しています。

高経年化プラントの運転開始当初からの予防保全措置について

プラント	保全実績(例)	保全の分類		保全内容等
		新材料へ取替	新技術の適用	
BWR	再循環配管取替 炉内構造物取替			耐力力腐食割れに優れた材料(炭素含有量の低いSUS材)への取替
	シュラウドサポート 溶接部			残留応力緩和技術(ピーニング施工等)による応力腐食割れ発生抑制
	水素注入			腐食環境の改善による応力腐食割れ発生・進展の抑制
PWR	蒸気発生器(SG) 取替			SG伝熱管材料を耐力力腐食割れに優れた材料(インコネル690合金)に取替
	二次系水質改善			SG伝熱管の腐食防止のためにリン酸処理をアンモニア、ヒドラジンを用いた全揮発性薬品処理(AVT: All Volatile Treatment)採用
	原子炉容器上蓋取替			上蓋管台の材料を耐力力腐食割れに優れた材料(インコネル690合金)に取替

(注) これまで高経年化技術評価済みの15プラントにおいて、運転開始30年以前に実施した代表的な予防保全措置

計画外停止発生率から見た高経年化に伴う傾向



供用年数が30年前後の9プラントを対象に、これらプラントの運転開始当初から現在まで、年度ごとに発生した計画外停止件数の合計をプラント数で除した1プラント当たりの計画外停止発生率を見ると、供用期間の長期化に伴いこれが増加する傾向は認められない。

ケーススタディ：原子炉停止間隔と高経年化対策との関係

新制度においては、プラント毎の特性に応じて柔軟に原子炉停止間隔を設定することとなりますが、原子炉停止間隔を変更した場合に高経年化対策に与える影響については、厳格に確認することが必要です。

具体的には、原子炉停止間隔が変更された場合、運転時間とプラントの起動停止回数が増加されます。運転時間と起動停止回数の影響を受ける劣化事象としては、中性子照射脆化や低サイクル疲労が該当します。高経年化プラントの原子炉停止間隔を変更する場合、これらの劣化事象について、運転開始後30年目に実施した高経年化技術評価を再検証することが必要になります。

5．安全上重要な行為に着目した検査の追加

平成18年9月の報告書において、現在の保安検査は年4回、1回3週間程度の期間で行っており、原子炉起動操作や事故・トラブル発生時の事業者の措置等の安全確保上重要な行為が保安検査中に実施されるとは限らないこと、また、これらの安全確保上重要な行為が行われている時点で、立会等の検査を行うことが必要であるとされています。

こうした行為のうち、原子炉の起動及び停止に係る行為に対する保安検査については、発電設備の総点検への対応として、平成19年8月9日の省令改正により前倒しして実施しております。これに加えて、リスク情報に基づく検証結果も踏まえ、「燃料の取替時」、「沸騰水型軽水炉における残留熱除去冷却海水系統の切替に係る操作時」及び「加圧水型軽水炉における原子炉容器内の水位の低下に係る操作及び原子炉容器内の水位を低下させた状態で行う残留熱の除去に係る操作時（ミッドループ運転時）」についても、安全確保上重要な行為として、保安検査の対象とすることとします。

保安検査の実施にあたっては、検査官が着目すべき点等を明記したガイドラインを作成し、効果的な検査の実施に努めます。

6. プラント毎の総合評価による検査の実効性の向上

平成18年9月の報告書において、事業者の安全確保の水準を上げていくために、プラントの安全実績（パフォーマンス）を的確に表す指標を事業者が提示し、これを規制当局が評価した上で活用すること、また、検査において指摘された事項の安全上の重要度を決定する手法を活用すること、さらに、これらにより、プラント毎の総合評価を行い、その結果を検査の効果的な実施のために活用していくことの必要性が指摘されています。

同内容を踏まえ、現在、安全実績指標評価と安全重要度評価を活用したプラント毎の保安活動総合評価を行い、結果を検査に反映させる方法について検討しています。以下では、その概要について御説明します。

(1) 安全実績指標評価（PI評価）(PI: Performance Indicator)

PI評価の目的は、規制当局が発電所の保安活動が適正に行われたかどうかを、客観的に測定可能な指標により把握し、基準値（しきい値）に基づいて保安活動のレベル、劣化の有無等を評価することにあります。

PI評価のための指標については、発電所が達成すべき目標として、諸外国の事例なども調査の上で、以下の通り具体的な指標を選定しました。これらの指標に係るデータは、法令に基づく報告、原子力安全・保安院からの指示文書に基づく報告により、データ取得のプロセスの適切性が確認できるものです。

運転管理及び保守管理

7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数

7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数

正常な熱除去機能の喪失を伴う計画外スクラム回数

安全系の使用不能時間割合（基準割合を超えた件数）

安全系の機能故障件数

原子炉冷却系からの漏えい率（基準値を超えた件数）

原子炉冷却材中のよう素 131 濃度（基準値を超えた件数）

放射性廃棄物管理

放射性廃棄物の過剰放出件数

放出時におけるモニタリング機能の喪失件数

放射線管理

個人最大放射線線量（基準値を超えた件数）

過剰放射線影響発生件数

なお、プラントの累積運転時間については、直接プラントの安全性を表すものではありませんが、プラントの履歴を示す主要な指標であることから、保安活動総合評価結果に付記することとします。

PI 評価のための評価区分は、後述する安全重要度評価の評価区分及び保安活動総合評価の評価区分との整合性、米国NRCで採用されている原子力発電所の監視制度（ROP：Reactor Oversight Process）の考え方等を踏まえ、次の4区分としました。

レベル	劣化なし	劣化レベル3	劣化レベル2	劣化レベル1
色表示	緑	白	黄	赤
レベル設定の考え方	劣化のない状態	劣化の兆候が現れたことを示す状態	重要な劣化の兆候が現れたことを示す状態	許容出来ない劣化が現れたことを示す状態

基準値（しきい値）については、米国原子力規制委員会（NRC：Nuclear Regulatory Commission）等における同様の指標についての考え方を参考に、平成13年（2001年）以降の国内プラントデータに基づいて設定しました。

指標の選定結果、基準値、定義及び算定方法等をまとめた表を添付-1に示します。一例として、7000臨界時間当たりの計画外停止回数については、過去の実績値を統計処理し、平均より悪い値である「2回」を劣化レベル3の基準値とし、回数が1回増える毎に劣化レベルが悪化する設定としています。

（2）安全重要度評価（SDP評価）（SDP：Significance Determination Process）

SDP評価の目的は、発電所の保安活動において発生した個々の事象について、原子力安全にどの程度の影響があるのかを客観的に評価することです。規制当局が実施する検査で見出された事象、法令で報告が要求されているトラブル事象、保安規定に定める運転上の制限（LCO：Limiting Conditions for Operation）を満足しないと判断された事象（LCO逸脱事象）等がSDP評価の対象となります。

SDP評価結果の区分については、保安検査における評価との整合性の観点から、現在保安検査において採用されている区分を用いることとします。

SDP評価結果の区分（案）	保安検査による区分	
	評価の区分	評価に応じて取られる処置
	違反1	大臣名による停止、指導文書の発出
	違反2	保安院長名による指導文書の発出
	違反3	企画調整課長/検査課長連名による指導文書の発出
	監視	保安検査官による原子炉設置者の改善措置管理

評価の手順としては、評価の対象としたトラブル事象やLCO逸脱事象が原子力安全への影響の観点から見て、軽微か否かの判断をまず行い、原子力安全への影響が考えられ、より詳細な評価が必要と判断した事項は、その影響に応じた視点で評価を実施し、区分～を決定するという流れになります。

原子力安全への影響としては、以下のとおり「安全機能への影響」、「公衆への放射線影響」、「従業員への放射線影響」を評価します（評価方法の詳細は添付 - 2 を参照のこと）。

「安全機能への影響」

対象とする設備・機器の安全機能が損なわれたかどうかを判断します。

評価では、影響を受けた安全機能の重要度分類（クラス1～3）とその影響度を組み合わせて、区分～を決定します。

その際、発生した事象による炉心損傷頻度の増分（CDF）を簡易モデルにより評価し、上記の評価結果（区分か、区分か、区分かの判定）に加味します。

「公衆への放射線影響」

放射性廃棄物の放出が保安規定の不履行により法令に定める制限値等を超えるか又はを超える恐れがあったかどうかでその影響を判断し、区分～を決定します。

「従業員への放射線影響」

保安規定の不履行により従業員に対する放射線量が制限値を超えるか又はを超える恐れがあったかどうかでその影響を判断し、区分～を決定します。

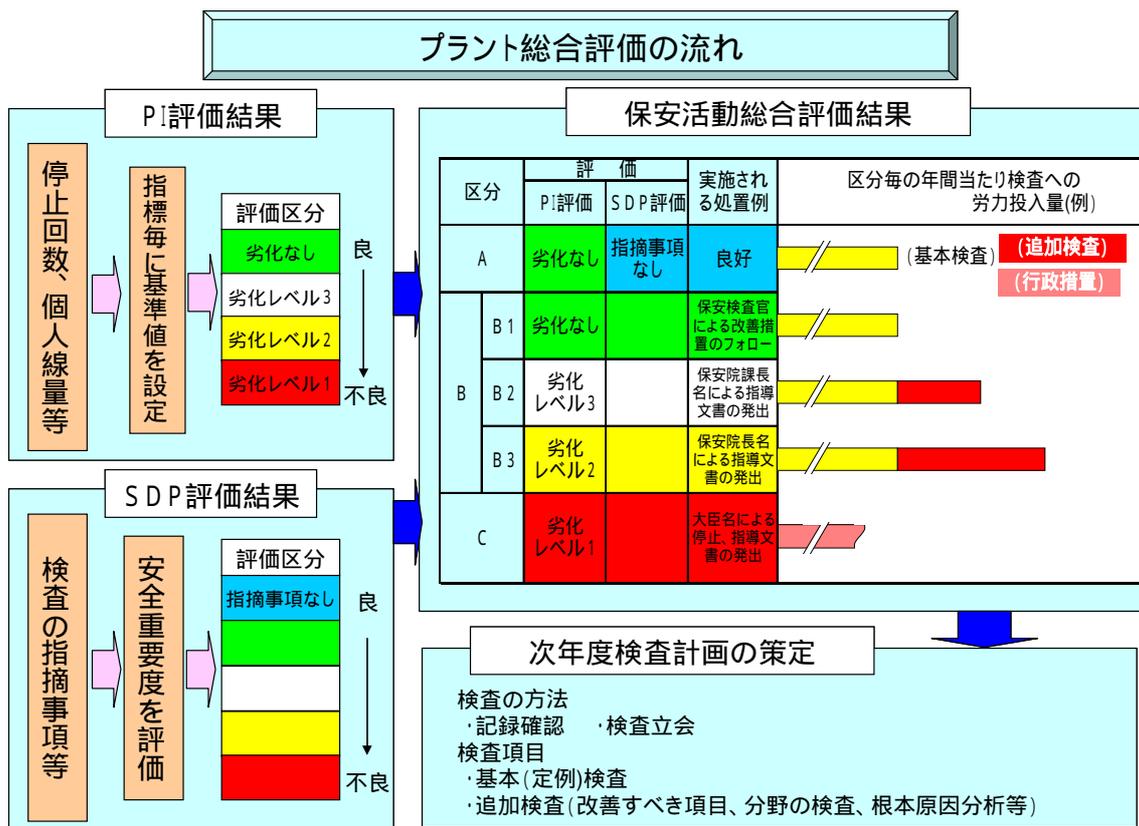
なお、一つの事項を複数の視点で評価した場合には、それぞれの評価結果の区分のうち、高い区分を当該事項の安全重要度とします。

（3）保安活動総合評価

保安活動総合評価の目的は、PI評価、SDP評価を用いてプラントの総合評価を行い、事業者の保安活動において改善すべき分野を明らかにするとともに、次回の検査計画立案に活用することです。

同総合評価においては、PI評価における各指標の評価結果、SDP評価における各事象の評価結果に加え、高経年化対策やトラブル事象対策を含む保全活動の実施状況に対する評価や根本原因分析に係る活動状況等についても記載し、プラントの保安活動結果を一覧できる資料を作成します（資料のイメージについては添付 - 3 を参照のこと）。

さらに、プラント毎の保安活動の総合的な評価区分として、A、B 1、B 2、B 3、C の5区分を設定し、プラント毎に評価を行うこととします。その際的评价の手順としては、P I 評価における指標毎の評価のうち最も評価の低いもの(例:白)とSDP 評価における事象毎の評価のうち最も評価の低いもの(例:緑)を比較し、両方のうち評価の低い方(白)をもってプラントの総合評価とします。



(4) 検査への反映方法

保安活動総合評価の結果は、次年度の検査計画の立案に反映します。評価区分が、「A」又は「B 1」の場合は基本検査のみとし、評価結果の区分が「C」に近づくにつれ、改善すべき分野に焦点を当てた検査や法令に基づく措置等を追加することになります。

なお、定期安全管理審査においては、保安活動総合評価の結果を踏まえて審査の対象とする保全行為の数等に反映させるとともに、定期事業者検査の実施に係る体制についての総合的な評定についても、次回の審査項目に反映させることとなります。審査項目への反映については、現在事業者が行う定期事業者検査について、検査の方法等の6つの項目を審査していますが、今回の制度改

正により運転中の状態監視が定期安全管理審査の対象に追加されたこと、また、基本的な保全活動として、文書管理や教育訓練等の保守管理全体に係る有効性評価は運転サイクル毎に行う保全の有効性評価とは異なるものとして区別したこと、さらに、別途行われる保安検査における確認内容との重複を回避する観点から、現在の審査項目のうち「検査記録の管理に関する事項」「検査に係る教育訓練に関する事項」については、定期事業者検査の実施につき十分な体制がとられていると評定された事業者に対しては適用せず、引き続き通常の確認が必要である旨評定された事業者に対しては、全項目を適用することとします。

(5) 試運用の実施について

これまで、P I 評価、S D P 評価及び保安活動総合評価についての枠組みを検討してきましたが、今後、1年程度の試運用を行い、指標の選定や評価基準の設定、品質保証活動に対するS D P 評価のあり方、検査への反映方法等について、より詳細な検討を行います。その際には、評価結果を一般の方に分かりやすい形で提示するための工夫等についても検討してまいります。

7. 終わりに

これまで御説明してきた通り、今回の制度改正は、事業者における保全活動の充実を促すとともに、具体的な保全計画と保全の実施結果、及び同結果を踏まえた改善状況について国に届出させ、その適切性を国が確認し、必要に応じて変更等を命じることで原子力の安全をより一層向上させることを目的としています。

事業者においては、分解点検時の機器の劣化状況のデータや、運転中のポンプの振動等を科学的な方法で収集し、点検方法・頻度等に継続的に反映させていくことが求められます。その結果として、経年劣化によるトラブルの防止や、機器に不要な状態変化を与えることによって発生する可能性のある不具合の発生の低減が期待されます。

また、高経年化対策の実施状況に対する国の監視を強化するとともに、これまでに高経年化プラントで得られた知見を踏まえ、経年劣化に対する運転初期からの徹底的な管理を求めるものです。

本資料で御説明した内容については、これまで立地地域の皆様に御説明してきておりますが、今後とも、立地地域の皆様の要請を踏まえ、様々な方法を通じて積極的に御説明してまいります。

新制度においては、事業者は、どのように保全を充実させているかについて、しっかりと説明することが求められます。また、国の検査官においても、これまで以上に高い知見や力量が求められることから、設備毎の点検方法と結果のデータベース化による共有や研修の充実等により、検査官の継続的な力量向上に努めるとともに、検査等の結果についても、しっかり御説明してまいります。

(参考) 信頼性重視保全の導入による安全性の向上について

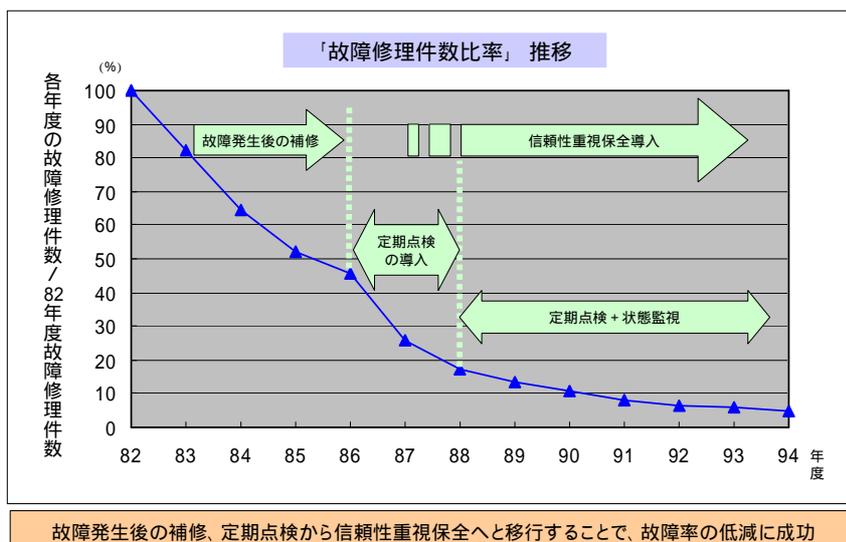
平成18年9月7日に提言した「『保全プログラム』に基づく保全活動に対する検査制度の導入」の目的は、我が国の原子力発電施設の保全活動に**信頼性重視保全**(RCM: Reliability Centered Maintenance)を本格的に導入することにより、科学的根拠に基づき施設の信頼性を高めていく活動を推進し、その安全性を更に向上させることです。

< 信頼性重視保全とは? >

定期的な分解点検を過度に行うと、組み立て不良や異物の混入等の保守不良やヒューマンエラーによる故障発生の機会が増え、かえって設備の信頼性低下の要因になりうるという指摘がなされています。これを受け、設備の状態に応じた最適な分解点検頻度の設定、新たな技術を用いた運転中の機器の状態監視などにより、故障率低減に向けた最適な保全方式を追及する手法が**信頼性重視保全**です。

信頼性重視保全は、1960年代後半に米国航空機産業で導入され、その後、1990年代以降に米国の原子力発電所の保全にも本格的に普及し、故障率の低下などに効果を挙げています。

また、我が国においても1980年代以降に航空機産業や石油化学産業などで広く普及しており、設備の信頼性向上、ひいては安全の確保に成果を挙げています。



信頼性重視保全導入の効果 (国内化学プラント実績)

信頼性重視保全による故障率低減の考え方について

原子力発電所の機器、設備及び構築物は時間の経過に伴い劣化するため、定期的な分解点検による部品の取替え等、機能を維持するために適切な保全を行う必要があります。こうした保全においては、機器の故障を未然に防ぐように分解点検の時期や保全内容を決めることが基本となります。

より詳細には、一般に機器の故障は、発生する時期により、「初期故障期」、「偶発故障期」、「摩耗故障期」の3つに分類され、故障が起きる原因もそれぞれ異なることから、それらの特徴を踏まえて、機器が故障した場合の影響度を考慮した上、「適切な時期」に「適切な方法」による保全を行うことが重要です。すなわち、

「初期故障期」に発生する故障（初期故障）は、設計不良、分解点検時における組立不良及び据付不良などが主な要因ですので、「保全作業等の品質を向上させること」、及び「営業運転を再開する前に試運転を入念に行うこと」が初期故障を減らす上で有効です。また、良好な据付状態が維持されている機器を不必要に分解・再組立することで、機器の状態をかえって損なってしまうことがありますので、分解点検の頻度を適正化することも初期故障を減らす上で有効です。

「偶発故障期」に発生する故障（偶発故障）は、運転中の異物混入など、不特定の原因によって起きるため、発生する時期を予想することができません。このため、「振動診断、油分析、赤外線サーモグラフィー診断などの設備診断技術を活用した状態監視を行うことなどにより、故障の兆候を捉えて故障に至る前に計画的に対処すること」が偶発故障を減らす上で有効です。

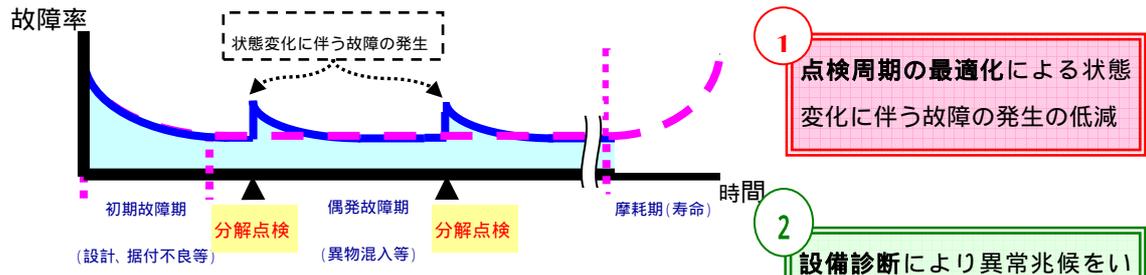
「摩耗故障期」に発生する故障（摩耗故障）は、機器を長期間使用していくことで材料に発生する摩耗、腐食などの経年劣化事象の進展が原因で発生するものです。国内外の原子力発電所のこれまでの運転実績や関連研究成果、及び運転開始後30年時点において実施する高経年化技術評価の結果から得られる知見を総合することで、どの部位に、いつ頃、どのような経年劣化事象が発生するかの予測が可能となってきています。これらの知見を踏まえて、発生が想定される経年劣化事象の発生・進展状況を予測し、摩耗故障に至る前に分解点検を実施し、必要であれば、補修、取替えなどの処置を行うことが摩耗故障を減らす上で有効です。また、経年劣化事象の発生・進展を防止する又は遅らせる予防保全対策（例：応力腐食割れに対する応力改善や水質改善など）の実施や、状態監視により劣化の傾向を捉えて故障に至る前に分解点検を行う状態基準保全も有効です。

従って、故障率を下げるための最適な保全方法を追及するには、摩耗故障を防止するため、経年劣化事象の進展に関する知見を基に、摩耗故障が発生する前に部品の取替え等を行う必要がある一方、不要な状態変化を与えることによ

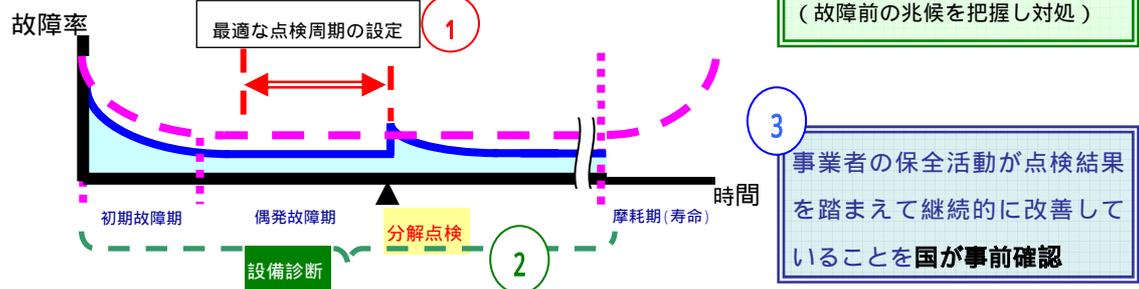
る故障の発生可能性を低減させるため、短すぎる間隔設定による過度な分解点検を回避することも必要です。また、偶発故障を防止する観点から運転中の状態監視を行うことが必要になります。さらに保全活動の有効性を客観的に評価するための指標の活用も有効です。

事業者が上述のような3種類の故障の特徴を踏まえて保全の充実を行うことによって、機器の故障が低減していくイメージを以下に示します。(保全の充実後は、現状に較べて網掛けの部分の面積が縮小)

【現状の保全活動の概念】



【今後の保全活動の概念】



保全の充実による機器故障率の低減

我が国のPI評価のための指標(PI指標)のイメージ

管理分野		PI指標	劣化なし	劣化レベル3	劣化レベル2	劣化レベル1	定義等	算定方法	必要データ	現状の法令枠組みとの関係	評価時期(案)	
原子炉の安全性	異常発生防止機能	7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	0~2	>2	>3	未設定	・過去 4 四半期間中の原子炉運転(臨界)7,000 時間当たりの計画外スクラム(自動及び手動)の回数。 ・劣化レベル3の基準値は、実績値の統計に基づく(平均値+2)。	・NRC と同様に、四半期毎の計画外スクラム発生回数と運転時間に基づき過去 4 四半期合計を 7,000 臨界時間(稼働率 80% /年相当)に換算する。 【算定式】 PI 値 = (過去 4 四半期における計画外スクラム回数) / (過去 4 四半期における原子炉運転時間) × 7,000 時間 注) 過去 4 四半期における運転時間が 3,500 時間未満である場合、当該評価期間では「算定範囲外」とする。	ユニット別 ・計画外自動/手動停止回数 ・原子炉運転時間(注)	实用炉則第 19 条の 17 第 2 号 实用炉則第 4 条 及び 昭和 52 年 6 月 1 日付文書(NISA 基盤課)依頼に基づき、運転状況(起動、停止日時)を報告。	・四半期毎 ・評価期間は過去 4 四半期(1年)	
		7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数	0~2	>2	未設定	未設定	・過去 4 四半期間中の原子炉運転(臨界)7,000 時間当たりの全出力の 5%を超える原子炉出力の計画外変化の回数。 ・劣化レベル3の基準値は、実績値の統計に基づく(平均値+2)。	・NRC と同様に、四半期毎の計画外出力変化発生回数と運転時間に基づき過去 4 四半期合計を 7,000 臨界時間(稼働率 80%/年相当)に換算する。 【算定式】 PI 値 = (過去 4 四半期における計画外出力変化回数) / (過去 4 四半期における原子炉運転時間) × 7,000 時間 注) 過去 4 四半期における運転時間が 3,500 時間未満である場合、当該評価期間では「算定範囲外」とする。	ユニット別 ・計画外出力変動回数(5%以上) ・原子炉運転時間(注)	实用炉則第 19 条の 17 第 2 号 实用炉則第 4 条 及び 昭和 52 年 6 月 1 日付文書(NISA 基盤課)依頼に基づき、運転状況(起動、停止日時)を報告。		
		正常な熱除去機能の喪失を伴う計画外スクラム回数	2 以下	3 以上	未設定	未設定	・過去 12 四半期中の通常の長期熱除去系を使用可能とする原子炉状態の確立前に、その機能の喪失によって引き起こされたか、それを伴った、自動又は手動の計画外スクラムの回数。 ・劣化レベル3の基準値は米国NRCの基準値を参照。	・プラントの通常の長期熱除去系が使用可能となる原子炉状態が確立される前に通常の熱除去機能の喪失によって引き起こされたか、または、通常の熱除去機能の喪失が関係した、臨界中計画外スクラム総数。	ユニット別(同左)	实用炉則第 19 条の 17 第 3,5 号		
	原子炉停止炉心冷却機能	運転管理 / 保守管理	安全系の使用不能時間割合(基準割合を超えた件数)	0~3.4 %	>3.4 %	>6.8 %	未設定	・過去 12 四半期間中の原子炉の状態(BWR:運転、起動及び高温停止。PWR:モード 1,2,3)に発生した安全系の LCO 逸脱時間が過去 12 四半期間中の原子炉運転時間に対して占める割合。 ・劣化レベル3の基準値は保安規定に定める LCO を満足していない場合に要求される措置の完了時間に基づく。	・NRC と同様に、過去 3 年間ににおける「原子炉運転時間の合計」に対する「逸脱時間の合計」の比率を四半期毎に定期的に評価する。 【算定式】 PI 値(系統毎) = (過去 12 四半期における LCO 逸脱時間 < * > の合計) / (原子炉運転時間の合計) < * > : LCO 逸脱宣言日時と機能復旧日時に基づくものとする。なお、サーベ イクスにおいて発見された機能喪失についても、発見した後の LCO 逸脱宣言をした時刻に基づく。 ・サート系(海水冷却系、中間ループ等)の機能喪失(LCO 逸脱)はD/G系の機能喪失と見なして評価。 ・LCO 逸脱に伴うアラームは、定めた原子炉の状態(BWR:運転、起動及び高温停止。PWR:モード 1,2,3)に発生した事象を対象とする。 注)・過去 12 四半期における運転時間が 7,000 時間未満である場合、当該評価期間では「算定範囲外」とする。 ・非常用 D/G は、原子炉運転時間でなく必要待機時間とする。	ユニット別 ・LCO 逸脱事象に基づく各「機能別の系」における逸脱時間 ・原子炉運転時間(注)	实用炉則第 19 条の 17 第 5 号 实用炉則第 4 条 及び 昭和 52 年 6 月 1 日付文書(NISA 基盤課)依頼に基づき、運転状況(起動、停止日時)を報告。	・四半期毎 ・評価期間は過去 12 四半期(3年)
			炉心冷却機能 ・非常用炉心冷却系 原子炉停止後の除熱機能 ・残留熱除去系 ・原子炉隔離時冷却系 安全上特に重要な関連機能 ・非常用所内電源系									
		炉心冷却機能 ・非常用炉心冷却系 原子炉停止後の除熱機能 ・残留熱除去系 ・補助給水系 安全上特に重要な関連機能 ・非常用所内電源系										
	放射能閉じ込め機能		安全系の機能故障件数(LCO 逸脱件数から抽出)	3 以下(暫定値)	4 以上(暫定値)	未設定	未設定	・過去 4 四半期に構造物または系統の安全機能の作動を妨げた、または妨げる可能性のあった件数。(LCO 逸脱のデータを集め内容を分析して判断基準を策定する。) ・劣化レベル3の基準値は、実績値の統計に基づく(平均値+2)。	・LCO 逸脱報告件数から安全系の機能故障件数を抽出する。(LCO 逸脱のデータを集め内容を分析して判断基準を策定する。その後、安全系の機能故障以外の LCO 逸脱件数を PI とすることを検討する。)	ユニット別 ・LCO 逸脱発生件数	实用炉則第 19 条の 17 第 3,5 号 H19 年 9 月 30 日以降は、METI 平成 19/09/27 原院第 3 号に従い報告。	・四半期毎 ・評価期間は過去 4 四半期(1年)
			原子炉冷却系からの漏えい率(基準値を超えた件数)	50% 以下	>50%	>100%	未設定	・総漏えい率等の各月の最大値を、保安規定の制限値に対するパーセントで表したものの。 ・劣化レベル3の基準値は米国NRCの基準値を参照。	・保安規定に従い1時間当たりの立方メートル(m ³)数で計算された最大総漏えい率等の各月の最大値を、保安規定の制限値に対するパーセントで表したものの。	ユニット別(同左)	(調整中)	
			原子炉冷却材中のよう素 131 濃度(基準値を超えた件数)	50% 以下	>50%	>100%	未設定	・年度期間中における I-131 濃度の最大値を保安規定に規定する LCO 逸脱の閾値(1%燃料破損に対応)に対するパーセントで表したものの。 ・劣化レベル3の基準値は米国NRCの基準値を参照。	・バリアの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に基づく運転制限値(1%燃料破損に対応)を用いる。	ユニット別 ・炉水中 I-131 濃度	昭和 52 年 6 月 1 日付文書(NISA 基盤課)依頼に基づき、運転状況(炉水中 I-131 濃度)を報告。	・年度毎

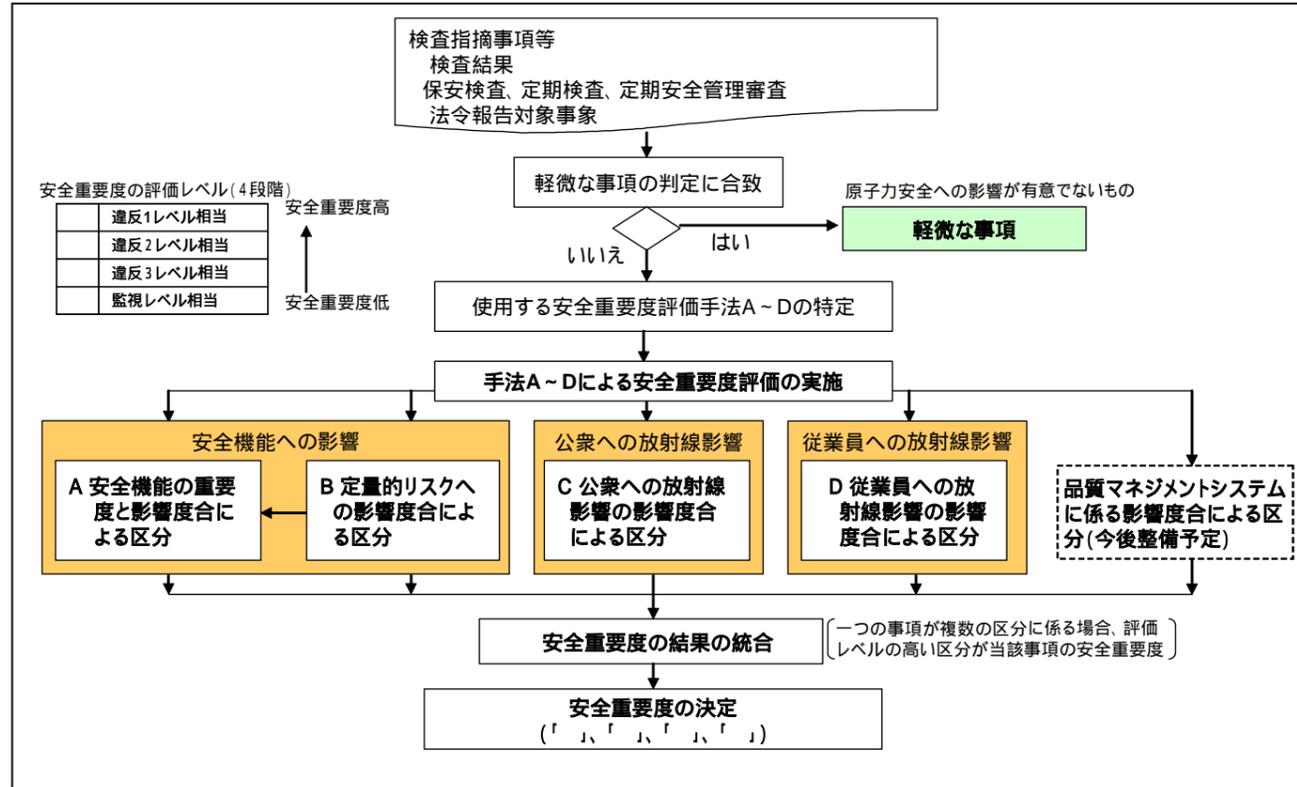
管理分野	PI指標	劣化なし	劣化レベル3	劣化レベル2	劣化レベル1	定義等	算定方法	必要データ	現状の法令枠組みとの関係	評価時期(案)	
放射線安全	放射性廃棄物管理	放射性廃棄物の過剰放出(放出件数、放出量)	1未満	1	2以上	未設定	・年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数。 ・劣化レベル3の基準値は過剰放出の実績がないため、1件とした。	・法令に定める放出濃度又は保安規定に定める管理目標値を基準とする。	ユニット別 ・事故件数	実用炉則第19条の17第6,7,8号	・年度毎
		放出時におけるモニタリング機能の喪失(保安規定違反)件数	1未満	1	2以上	未設定	・年度期間中に放射性廃棄物放出時にモニタリング機能が喪失した件数。 ・劣化レベル3の基準値は過剰放出の実績がないため、1件とした。	・保安規定に定めるモニタリング機能を対象とする。	ユニット別 ・事故件数	実用炉則第19条の17第6号	
	放射線管理	個人最大放射線線量(基準値を超えた件数)	20mSv以下	20mSv以上「線量限度」の50%以下	「線量限度」50%以上「線量限度」以下	未設定	・年度期間中に従業員が被ばくした個人最大放射線線量。 ・劣化レベル3の基準値は、実績値に基づき設定。	・閾値は法令(電離放射線障害防止規制第4条)に定める「線量限度」(100mSv/5年、50mSv/年)に基づく。 ・実績データに基づき判断基準の妥当性等について検討する。	発電所別 ・放射線線量	実用炉則第24条 NISA文書(平成14年4月1日付け平成14・03・18原院第3号)に基づき報告。	
		過剰放射線影響発生件数	1未満	1	2以上	未設定	・年度期間中に従業員が電離放射線障害防止規制第7条に定める実効線量(100mSv)を超えて過剰に被ばくした件数 ・劣化レベル3の基準値は過剰放射線影響発生の実績がないため、1件とした。	・閾値は法令(電離放射線障害防止規制第7条)に定める実効線量(100mSv)を超えた件数に基づく。	ユニット別 ・件数	実用炉則第19条の17第12号	

(注) 原子炉運転時間は、昭和52年6月1日付文書(NISA基盤課)依頼に基づき報告される運転状況(起動、停止日時)から算定する。臨界時間に対応すると見做す。

現段階において、劣化レベルの適切な基準値(閾値)の設定を保留または検討しているものについては「未設定」としている。

安全重要度評価(SDP評価) (案)

安全重要度評価(SDP評価)の全体の流れ



A. 安全機能の重要度と影響度合による区分

影響を受けた安全機能の重要度分類(クラス1~3)とその影響度合を組み合わせ、区分 ~ を決定する。

影響度合	安全重要度分類 ()		
	クラス1	クラス2	クラス3
安全機能が喪失した場合 (運転上の制限を逸脱し、かつ必要な措置が講じられなかった)			
安全機能に影響を及ぼした場合又は安全機能の健全性を担保できなかった場合	又は	又は	又は
上記以外の場合			

)「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日、原子力安全委員会決定)

「安全機能への影響」の評価において、次の二つの方法により「定量的リスクへの影響」の評価結果を加味する。

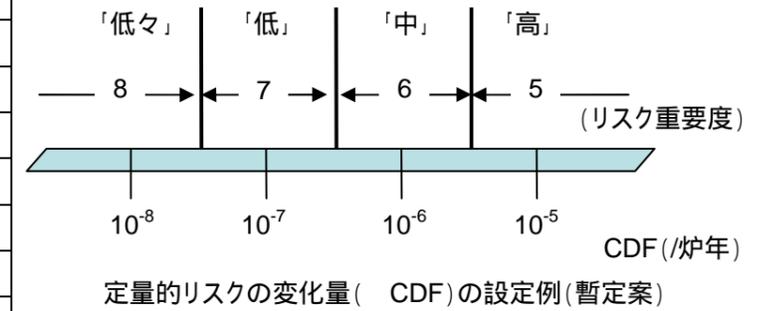
「安全機能への影響」の評価において、区分を上位又は下位へ振り分ける(例えば、クラス1の安全機能に影響を及ぼした場合には区分 又は へ振り分ける)際に、「定量的リスクへの影響」の評価結果が中(10^{-6})以上であれば上位に判定する。

「安全機能への影響」の評価では区分 と判断される事項であっても、「定量的リスクへの影響」の評価結果が高(10^{-5} 以上)の場合には、例えば区分 に格上げする。

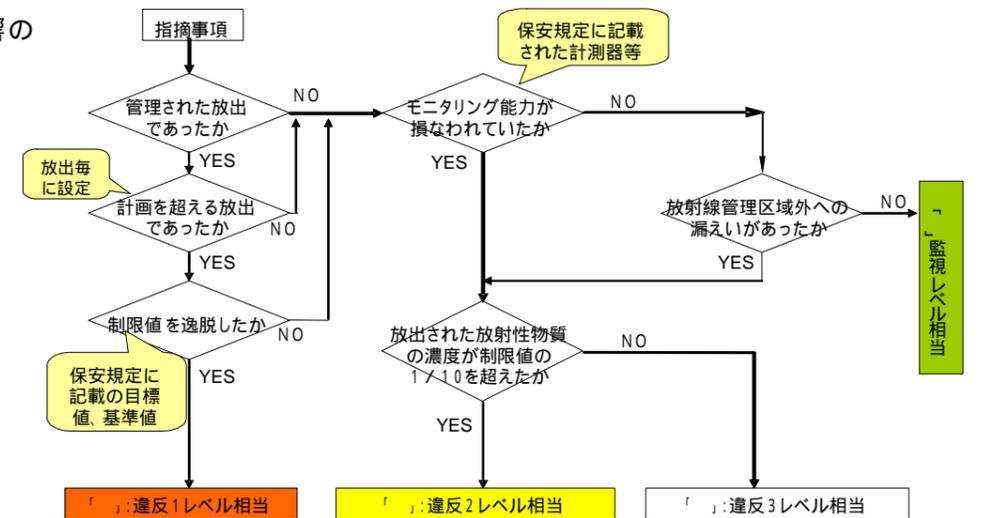
B. 定量的リスクへの影響度合による区分

影響を受けた系統、設備等の特定、事象継続時間の特定を行い、簡易モデルにより炉心損傷頻度の増分(CDF)を評価し、CDFに係る判断基準(暫定)に基づき、高、中、低又は低々の4区分を決定する。

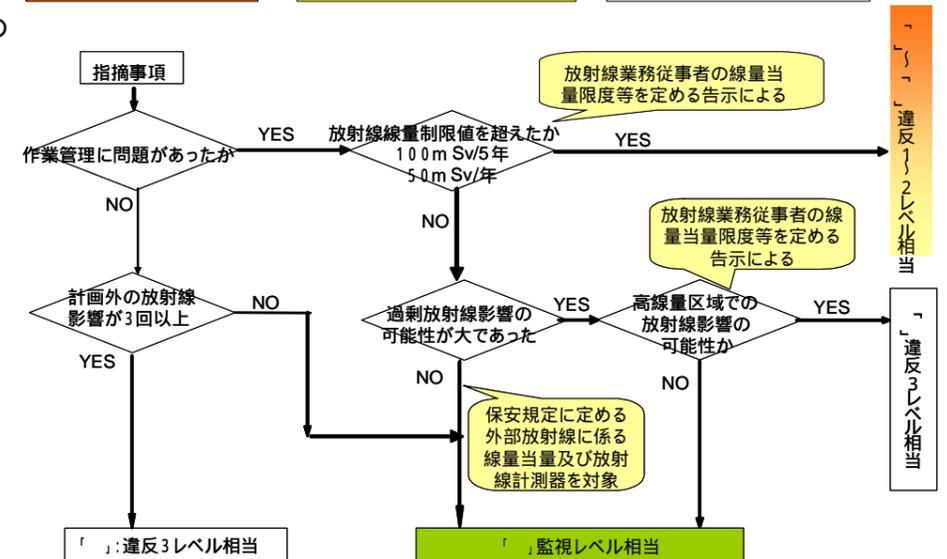
影響を受ける系統	事象継続時間	リスク重要度
高圧注水系(HPCI)故障	3日未満	8
	3日~30日	7
	30日超過	6
低圧注水系(LPCI)-A系故障	3日未満	9
	3日~30日	8
低圧注水系(LPCI)-A&B二系統故障	3日~30日	7
	30日超過	5



C. 公衆への放射線影響の影響度合による区分



D. 従業員への放射線影響の影響度合による区分



PI 評価

管理分野		安全実績指標	ユニット	H19			
				1	2	3	4
原子炉の安全性	異常発生防止機能	計画外自動・手動スクラム回数(回)	1				
			2				
			3				
			4				
		計画外出力変化回数(回)	1				
			2				
	正常な熱除去喪失を伴う計画外スクラム回数(回)	1					
		2					
		3					
		4					
	安全系の使用不能時間割合(%)	1					
		2					
3							
4							
安全系の機能故障件数(回)	1						
	2						
	3						
	4						
原子炉冷却材中のよう素 131 濃度	1						
	2						
	3						
	4						
放射線安全	燃料、放射性廃棄物、放射線管理	放射性廃棄物の過剰放出(件)					
		放出時におけるモニタリング機能喪失(件)					
		個人最大放射線線量(mSv)					
		過剰放射線影響発生件(件)					

SDP 評価

	保安検査	定期検査	定期安管審	法令報告	LCO逸脱
SDP評価		指摘事項なし			

(注) 定期検査時の所見等については、まとめて1件とする場合があるので SDP 評価の対象数と一致しない場合がある。

保安検査		20XX年度			
		第1回	第2回	第3回	第4回
		監視:0件		監視:1件	
定期検査	号 回	NISA 所見		JNES 所見	
	1 XX	指摘:0件		指摘:0件	
	2 XX	指摘:0件		指摘:0件	
	3 XX	指摘:0件		指摘:0件	
4 XX	指摘:0件		指摘:0件		

定期安全管理審査		1号 1回	要改善:0件	4号 2回	要改善:0件
2号 2回	要改善:0件				
3号 3回	要改善:1件				

法令対象事象 (1件)	
YYYY/MM/DD	1号 2次系配管の減肉(厚さ不足)

LCO 逸脱事例 (9件)	
YYYY/MM/DD	工事足場組み立て時の配管接触、漏れ
YYYY/MM/DD	4号 ポンプ運転試験時のモータ部の過熱
YYYY/MM/DD	温度計指示値の不良(上昇、揺らぎ)
YYYY/MM/DD	ディーゼル発電機配管部からの漏れ

総合評価

PI・SDPに基づく総合評価の例

PI評価	劣化なし	劣化なし	劣化レベル3	劣化レベル2	劣化レベル1
SDP評価	指摘事項なし				
評価区分	A	B			C
		1	2	3	

項目		1号	2号	3号	4号
PI評価	品質保証	指標を選定していない			
	運転管理 保守管理				
	燃料管理	指標を選定していない			
	放射性 廃棄物管理				
	放射線 管理				
SDP評価	品質保証				
	運転管理 保守管理				
	燃料管理	評価の対象となる事象の発生はなかった。			
	放射性 廃棄物管理				
	放射線 管理				
総合評価		B1	B1	B1	B2

(総合所見)

発電所は安全に運営されており、特に問題はない。ただし、1号機においてトラブル報告事象1件、4号機においてLCO逸脱事象が4件発生しており、原因分析、対策及び改善状況等についてフォローする必要がある。

(検査計画への反映)

基本検査の実施に加え、4号機を対象に改善すべき事項、分野について保安検査等でフォローし(追加検査)自律的改善を促す。

法令事象発生件数等のトレンド

